

「核融合炉実現へ向けての小さな努力」



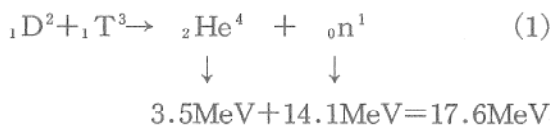
研究ノート

西川 雅 弘*

1. 核融合エネルギー開発の現状と問題点

核融合エネルギー開発は人類にとって究極の課題の1つとして各国で研究開発が進められ、約35年が経過した。1955年、第1回原子力平和利用国際会議（ジュネーブ）で、バーバー博士が20年以内に制御熱核融合の方法が見い出されるであろうと予測したが、プラズマの不安定性に悩まされ続け当所予想された閉じ込め時間が得られなかった。1968年ノボシビルスクで開かれた第3回国際会議でソ連のトカマクT-3装置で1keVの高温プラズマが数ミリ秒閉じ込められ、磁気閉じ込めに明るい見通しがつき、現在世界のトカマク路線の元となった。その後大型装置はほとんどトカマク型にしぼられた。1971年にマツソンで開かれた第4回国際会議では核融合炉のセクションが設けられるまでに至った。1980年代は大型トカマクTFTR（米）、JET（ヨーロッパ）、JT60（日本）による研究が開始され次々と成果をあげている。

現在、最も実現性のある核融合反応として、重水素(D)と三重水素(T)が融合してアルファ粒子(${}^4_2\text{He}$)と中性子(n^1)を生成する反応を示す。



核融合反応を十分に起こさせるには、イオン温度10-20keVの範囲でプラズマ密度 n とそれを閉じ込めるエネルギー閉じ込め時間 τ_E の積、 $n\tau_E \approx 1.5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}\text{s}$ が自己点火の指標で

* 西川雅弘 (Masahiro NESIKAWA), 大阪大学工学部電磁エネルギー工学専攻, 教授, 工学博士, 超高温工学

ある。燃料(D,T)1kgに対し $3.4 \times 10^{14}\text{J}$ のエネルギーが発生し、 U^{235} の核分裂($8.3 \times 10^{13}\text{J/kg}$)に比べ約4倍の値になる。しかし、核融合炉は気体炉心であるので核分裂炉の固体燃料と比較して非常に炉形が大きくなることが想像できる。約1000MWの出力に対して核分裂炉(PWR)と概念設計されたトカマク炉(STARFIRE)¹⁾との断面の比較を図1に示す。

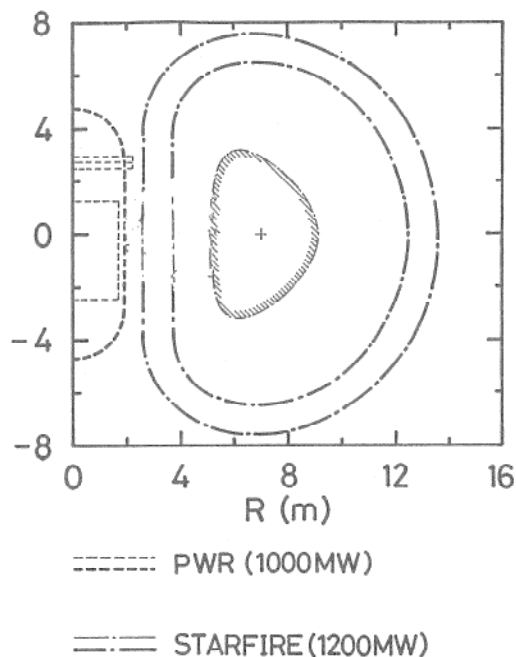


図1 核分裂炉(PWR)とトカマク核融合炉との比較

DT燃料の場合、核融合炉のエネルギーの担い手は主に中性子であるので、プラズマと対向している第1壁の中性子負荷が大きく、図1のトカマク炉でさえ 3.6MW/m^2 の値となり、現状の材料を使うとすると寿命が3年程度であると推定される。また荷電粒子によるスパッター、エロージョンによる劣化、水素ならびにヘリウム脆化の問題が複雑にからんでさらに寿命を短くする方向に働く。

燃焼すれば燃料を供給する一方では灰となるヘリウムや不純物を排気するための磁気分岐回路（ダイバータ）がある。このダイバータでの熱負荷が $10\text{MW}/\text{m}^2 - 20\text{MW}/\text{m}^2$ 推定され、従来熱除去の観点から $1\text{MW}/\text{m}^2$ とされている値に比べ1桁大きな除熱技術が要求される。その他にも燃料サイクルとブランケット、安全立地等の未解決の核融合工学分野があり、その大部分が我々の経験のない未踏の桁違いの高い目標に向けての研究開発である。このような困難を克服しながら、燃焼プラズマ実験、実証炉への発展が期待されている。

2. トカマク核融合炉支援技術

核融合炉概念設計研究を進めて行くと種々の解決しなければならない問題点が明らかになり、いずれも従来技術の延長で解決できるものはほとんどなく新しい概念の導入が必要である。

D-T核融合炉では上述したように壁への中性子負荷、ダイバータへの高熱負荷が重要な問題である。このような厳しい中性子ならびに熱負荷による損傷に対してプラント寿命と同程度長期間耐えられる材料は研究されてはいるものの現状では無く、必然的に2~3年毎に炉心部第1壁を交換せざるを得なくなるばかりかその間の補修・修理が重要な課題となる。

2.1 迅速交換技術（Quick Replacement Technology）

現有の材料のまま核融合炉を設計すると高壁負荷による損傷が大きくなり、第1壁と周辺部の迅速交換を前提としての装置設計が必要であり、これを前提としない設計では信頼性の確保が困難になると予想される。この交換作業において、作業時間を短縮するための工夫の一つとして形状記憶合金（SMA）継手の採用が考えられ、実験が行われた。²⁾

このSMA継手は図2に示すように温度が上昇し、逆マルテンサイト変態点（ A_s ）以上になるとSMA継手の径が減少し、フランジ部を締付けて真空シールする。温度を下げてマルテンサイト変態点（ M_s ）以下にする継手の径が拡がりフランジ部が脱離することになる。このようにSMA継手は温度管理だけで容易に着脱

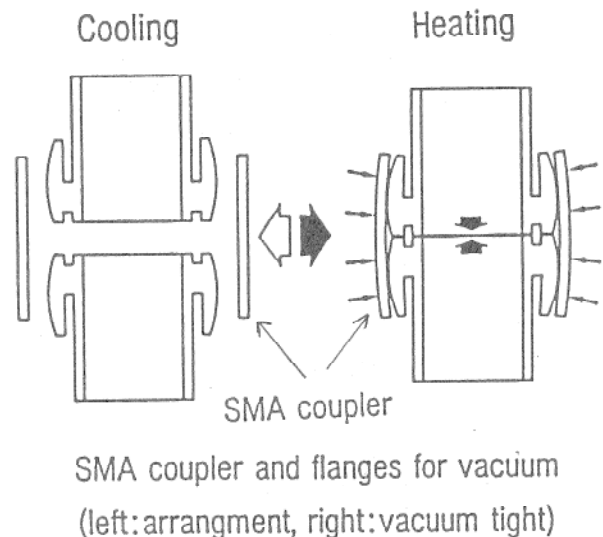


図2 形状記憶合金カップラーと真空シール用フランジ

可能なので、炉心とその周辺部材の切断・溶接やボルトナットによる着脱といった複雑な作業が不要になるばかりでなく、放射化した使用済み要素の取扱いの面からも負担が軽くなる利点がある。さらに研究が進められ、炉の稼働率を上げるために真空のためのベーキング時間の短縮がある。これは一度ベーキングした要素を大気にさらさずに真空から真空へ移すことであり、このための大口径の隔壁装置が必要となる。具体的には大口径コンパクトゲートバブルをSMA駆動素子を用いて実現している。³⁾

2.2 プラズマ第1壁部シュミレーションのための高電流密度中性粒子ビーム生成

前節で述べたQRTは核融合炉システムとしていわば外濠の研究の一つに相当する。核融合反応を起すプラズマ温度は数10keVと高いが周辺部の壁では数keV-100eVと推定される。この温度領域の壁へ流出する粒子は壁材に含まれている元素や酸素などの不純物をスパッターし炉心プラズマに混入したプラズマ温度を下げる恐れがある。また壁にとっては中性子による照射損傷や燃料であるD,T粒子ならびに灰であるHe粒子のリテンションと脆化等の複合条件下での損傷が予想される。このようにプラズマ対向壁やダイバータで起る現象をシュミレートするために数keV以下の低エネルギー高電流密度中性粒子ビーム生成を行っている。⁴⁾

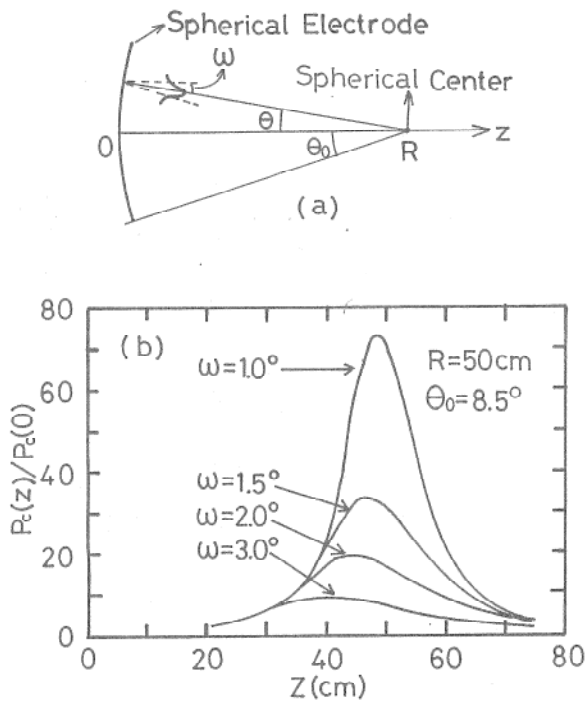


図3 曲面電極による高電流密度化

わば外濠に対してプラズマ炉心を核とした内濠に相当する研究である。

中性粒子ビームの高電流密度化は次のように計られた。数 keV 以下の水素イオンビームは中性化効率が良く引き出し電極後直ぐに荷電交換して中性粒子ビームとなるので初めから方向を定めて引き出す必要がある。そこで図3(a)のように曲面電極を製作し曲面上637個の小穴(3.8mmφ)から中心Rに向けてビームを引き出しR点付近で高密度電流を得ようとするのがアイデアである。図3(b)は一つの小穴からのビームの発散角 ω によって入射電流密度の上昇を示したもので ω が小さいほどピーク値が点Rに近づきながら大きくなっており、 $\omega = 1.5^\circ$ で電流密度は曲面上の値に比べ35倍大きくな

ることが分かる。現在加速電圧8keVで11MW/m²の値を得ている。この場合ビームの発散角は1.7°である。今後さらに低エネルギービームの発生とその発散角を抑えるための研究が続けられる。現在でも出力密度としては炉壁と周辺プラズマの相互作用を調べられる下限に達しており、上述した複合条件下での壁付近のシュミレーション実験が出来ると期待されている。

3. おわりに

核融合研究は出発時には一講座単位で行なえる基礎研究であったが、核燃焼プラズマに向かってパラメタを良くしようと努力すればするほど大型化(閉じ込めのスケールリング則)し、今や種々の成果の生みの親であった講座研究から「親ばなれ」する様に大研究所に移行して研究が続けられている。

講座研究も50年先の核融合炉の実現⁹⁾に向けてこれからの核融合炉工学の方向付けを示しながら新しい発想と新技術開発に「子ばなれ」して挑戦して行くフェーズにあるように思われる。

参考文献

- 1) BAKER, C.C., *et al.* : STARFIRE, ANL/FPD-80-1, (1980)
- 2) NISHIKAWA, M., *et al.*: Nucl, Eng. Des /Fusion, 5, 401 (1988)
- 3) NISHIKAWA, M., *et al.*: *ibid.*, 10, 509 (1989)
- 4) NISHIKAWA, M., *et al.*, : Proc. 2nd ISFNT, Karlsruhe June, 1991 to be published
- 5) 解説, 日本原子力学会誌, 33, 2 (1991).